

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第502回

令和5年10月23日（月）

原子力規制委員会

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第502回 議事録

1. 日時

令和5年10月23日(月) 13:30～16:13

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

担当委員

杉山 智之 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

金城 慎司	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム長代理
志間 正和	原子力規制部	新基準適合性審査チーム	チーム長補佐
荒川 一郎	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
伊藤 岳広	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
有吉 昌彦	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
島村 邦夫	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
加藤 淳也	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
荒井 健作	原子力規制部	審査グループ	研究炉等審査部門 安全審査専門職
加藤 翔	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
篠田 航平	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	

国立大学法人京都大学

三澤 毅	京都大学	複合原子力科学研究所	教授
釜江 克宏	京都大学	複合原子力科学研究所	特任教授
堀 順一	京都大学	複合原子力科学研究所	教授
北村 康則	京都大学	複合原子力科学研究所	准教授
山本 俊弘	京都大学	複合原子力科学研究所	准教授
藤原 靖幸	京都大学	複合原子力科学研究所	技術職員

## 日本原子力研究開発機構

高松 操	高速実験炉部	次長	
山本 雅也	高速実験炉部	高速炉照射課	課長
板垣 亘	高速実験炉部	高速炉照射課	マネージャー
内藤 裕之	高速実験炉部	高速炉照射課	副主幹
小林 哲彦	高速実験炉部	高速炉第2課	主幹
石丸 卓	高速実験炉部	高速炉第2課	
辻 光世	安全管理部	施設保安管理課	

### 4. 議題

- (1) 京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定変更承認申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））保安規定変更認可申請について

### 5. 配付資料

- |         |   |
|---------|---|
| 資料1-1   | 京都大学原子炉施設保安規定の変更申請について【指摘事項回答】  |
| 資料1-2   | 京都大学研究用原子炉（KUR）高経年化に関する評価に基づく長期施設管理方針の策定について【指摘事項回答】                              |
| 資料1-3   | 京都大学臨界実験装置（KUCA）高経年化に関する評価に基づく長期施設管理方針の策定について【指摘事項回答】                             |
| 資料2-1   | 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の原子炉施設（高速実験炉原子炉施設）の長期施設管理方針の策定に向けた高経年化技術評価の実施方針の検討   |
| 資料2-2   | ルースパーツの調査状況と影響評価並びに今後の対応について  |
| 参考資料2-1 | 独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（南地区）高速実験炉「常陽」計測線付実験装置との干渉による回転プラグ燃料交換機能の一部阻害について（最終報） |

### 6. 議事録

○杉山委員 定刻になりましたので、ただいまから第502回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を開催いたします。

議題は2件ございまして、それぞれの内容は、お手元の議事次第のとおりです。

本日の会合はテレビ会議システムを利用しておりますので、音声等に乱れが生じた場合には、お互いその旨を伝えるようお願いいたします。

それでは、議事に入ります。

最初の議題は、議題1、京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定変更承認申請についてです。令和5年9月21日に第496回審査会合を実施し、その際に、幾つか指摘をしております。本日は、それらに対して回答及び説明をいただく予定です。

それでは、京都大学は資料を用いた説明をお願いいたします。

○京都大学（堀教授） 京都大学の堀でございます。本日はよろしくようお願いいたします。

資料は、1-1から1-3の3部構成となっております。まずはじめに、資料の1-1を用いまして、前回いただいたコメントに対する対応の概要について説明させていただきます。

それでは、お手元の資料の資料1-1の2ページを御覧ください。こちらは9月21日の審査会合での論点ということで、整理させていただいております。

まずはじめに、いただいたコメントのうち、評価フローに関連する御質問が、この表で言いますとNo. 1、No. 2、それからNo. 13と、三つのところが評価フローに関するコメントでございます。

まず一つ目ですけれども、クラス3の構築物、系統及び機器も保全適切性評価の対象と選定していることについてコメントをいただきました。当初は、これらの評価は網羅的に実施するために安全機能を有するもの全てを行っていたわけで、特に何か懸念事項があつてそうしたわけではございません。一方、試験炉ガイドのほうでは、施設の特性を総合的に勘案して、保全適切性評価の対象を選定するようになっておりまして、また、実用炉の高経年化対策の実施ガイドには、高温・高圧の環境下でない機器を高経年化評価対象外とすると。このように書かれておりますので、これらを踏まえまして、評価フローの修正を行い、クラス3の機器は保全適切性評価から対象外としております。対応ページは、右側に示しております。

二つ目のコメントとして、常設設備として、多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止のための設備というものに対して、どのように考えているかという御指摘がありました。こちらについては、もともとは安全機能を有するものではなかったもので、評価の対象外と

していたんですけれども、やはり試験炉ガイドに記載されている施設が周辺公衆に与える放射線の影響の観点ということで、評価に加えるべきだろうと考え、評価フローを修正させていただきました。

飛びますけれども、4ページのNo. 13のところ、こちらは長期施設管理方針の策定のところで、方針の策定と技術評価書の作成の順番についてのコメントをいただいています、こちらについても技術評価の結果を受けて、長期施設管理方針を策定するという流れに評価フローを変更しております。こちらが評価フローの変更点でございます。

また戻りますけれども、2ページの3番目からでございます。こちらは実施体制に対するコメントということで、3番、4番が該当しますが、まずは品証体制関連文書について記載が十分ではありませんでしたので、そちらを追加しております。

また、保守点検の実施調査のところで、点検等の実施項目、頻度、方法といったものが品質マネジメントに従って定められていることを追記させていただきました。

次のコメント5番でございますが、高経年化に関する評価対象の選定において、評価から除外しているものについて、こちらは予防保全によって実施されているということを追記させていただいております。

それから、6番のコメントです。こちらはKURの特徴を踏まえた経年劣化事象として三つの事象を挙げていたんですけれども、この表現が適切でなかったということで、こちらは、意味としては、この三つの事象は、実用炉の高経年化対策の実施ガイドで挙げられている六つの事象以外に、KURにおいて起こり得る事象という観点で抽出したものであります。一方、KURの特徴を踏まえたという意味では、炉心タンクの穿孔というものがKURの特徴を踏まえて長期施設管理方針の立案段階で考慮しているということですので、こちらも評価フローのほうにも反映させて修正しております。

次に7番目でございます。こちらはコンクリートの中性化深さの測定についての御質問をいただきました。KURの建屋は、地上1階の吹き抜けと地下1階というシンプルな円筒形構造をしておりまして、空調は地上1階の上部辺りからフレッシュな空気を取り込み、地下から排出するという、いわゆるワンスルーの設備となっておりますので、建屋のどこかで空気がよどむといったことは考えにくいと考えております。これを踏まえて、実測では場所を変えつつ実施しているわけですが、測定方法及びどの場所で測定したかといったことが明確に分かるように、説明を追記しております。

次の8番目のコメントでございます。こちらは生体遮蔽について、かぶり厚さのところ

の保守性についてコメントをいただきましたけれども、中性化速度式で中性化深さを算出しているのですが、この際に、原子炉格納施設はペイント、生体遮蔽についてはモルタル+ペイントを施しております、これらを考慮した推定値というものを新たに再計算いたしまして、そちらの結果を示してございます。

次に9番目でございます。中性子照射脆化について、こちらは、このときに引用していた文献ですと、引っ張り強さの変化に関するものでしたが、実際はこの文献よりももう少し適切な文献がありましたので、新たな文献を引用して説明を修正してございます。

10番目として、全体構造図で天井が記載されていなかったという点は修正させていただきましたけれども、この天井についての情報も、推定値等で反映させていただいております。

次に11番目でございます。炉心タンクの穿孔についてということで、これのメカニズムといったところを御質問いただきましたので、どういったメカニズムで腐食が起こり得るかといったところの説明を少し丁寧に追記させていただきました。

次に12番目、コンクリートの遮蔽能力低下についてでございます。こちらについては、前回の資料では定性的な説明でございましたので、今回はコンクリートの温度上昇を評価し、遮蔽能力低下が問題にならないことを定量的に示させていただきました。

13は、先ほど説明したとおりです。

14でございます。想定している炉心タンクの穿孔という現象がどういうメカニズムで進展するかということと、この検査方法が適切なものかといったコメントがあったかと思えますので、腐食が起こるメカニズムから、当該方法が穿孔の原因となる腐食を検知するのに有効な手段であるといったことを説明として追加しております。

こちらが、まずコメントに対する変更点の概要でございます。

次に、6ページに参ります。6ページでは、以前、経年劣化に関する評価の実施体制ということで示させていただきましたが、こちらに品質マネジメント体制及び関連文書という言葉を追記しております。変更点は赤字・下線で示しておりますけれども、追記しております

品質保証体制について、具体的には、「原子炉施設保安規定」及び「品質マネジメント計画書」に基づく組織により活動を実施していると。その評価については、保安規定の第9章に基づき、「施設定期評価実施計画」を策定した上で実施していると。その組織についても、品質マネジメントシステム定める組織によって、評価方法の妥当性も確認してい

る。また、当該計画に基づいて作成した報告書についても、同様に品質マネジメントシステムに定める組織により評価結果の妥当性を確認したと。このように書かせていただいております。

また、関連する文書としましては、経年劣化に関する技術評価に係る関連文書は、「施設定期評価実施計画」であると書いております。

また、左側の図でございますが、こちらは、体制そのものは変わらないんですけれども、評価計画の承認ですとか、策定ですとか、作成ですとか、こういったところが抜けておりましたので、追記しております。

続きまして、7ページに参ります。こちらが評価フローでございます、前回と大幅に変更したところがございます。

これまでは、安全機能を有する構築物全てに対して、まず評価をしていたんですけども、まずはじめの段階で、そこにまず多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止のための常設設備というものを追加した上で、高温・高圧下でない重要度分類クラス3のものを除外するというのをこの段階で行いました。

それで、評価フロー、下に行きまして、高経年化に関する評価対象の選定のところでは、補修、更新が容易かどうかというところで判断をしております。

それで、ここで除外されたもの、あるいは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象のところでは評価不要となったものについても、高経年化評価対象外のものを、施設の特徴を踏まえて考慮が必要なものについては左側に戻りまして、長期施設管理方針の立案に反映させると。このようにフローを修正しております。

また、長期施設管理方針は評価書に基づいて策定するという事ですので、評価書の作成のところでは、立案という言葉にしておりまして、立案の結果を所内の審査・承認過程を経て、長期施設管理方針の策定にすると。このように修正しております。

それで、今の7ページの右側のところには、それぞれのターニングポイントの説明があるわけですけども、特に申し上げたいのは、3.の高経年化評価の中で、補修、更新が容易なものは除外するとあるんですけども、注意書きとしまして、対象外とする設備については予防保全を実施していることを明確にさせていただきました。

それで、次のページは変更ございませんので、以上をもちまして資料1-1の説明とさせていただきます。

続きまして、資料1-2を用いまして、KURの部分について、変更点を御説明申し上げます。

まず、資料1-2の2ページでございます。こちらはKURの概要ということなんですけれども、炉心タンクのところを少し丁寧に説明しておいたほうがいいだろうということで、炉心タンクの材質、厚さ、それからタンクのサイズ、それから水面上部は大気に接した自由水面なのでタンクにかかる圧力は水頭圧によるものであるということを明記いたしました。また、冷却材につきましても、これは熱的制限値がありますので、定格運転時の1次冷却水温度は55℃以下ということを明確にしております。あとは、運転時間については、「約」という言葉をつけています。

次に3ページ目でございます。こちらのKURの概要の主要な設備につきましては、先ほど申しました多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止のための常設設備のところを、より丁寧に説明したということで、止水設備と40t水タンクについての説明文を追記してございます。

それから、次の4ページに参ります。4ページは、前回の図ですと天井部分が欠けていたんですけども、適正な図に直しております。

それから、5ページに参ります。経年劣化に関する調査及び評価につきましては、先ほどの評価フローの変更に伴いまして、括弧つきで、（高温・高圧下でない重要度分類クラス3機器を除く）及び多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための常設設備ということを追記してございます。それから、また5ページの一番最後のところですけども、予防保全が予防保全の観点から適切なものかを評価というところを修正しております。

続きまして、6ページ以降ですけども、これは調査結果をこれまで全部示していましたが、先ほどのフローの変更に伴いまして、クラス3機器の記載は除いております。それから、PS-2、MS-2で挙げられている炉心タンクのところで、調査結果のところですけども、減肉がないことをもって腐食がないことを確認していると、この表現を改めております。

それから、8ページに参ります。多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止のための常設設備として、止水設備と40t水タンクが追加されましたので、その調査結果を追記しております。止水設備につきましては、2016年に新たに設置し、年ごとの点検等で健全性を確認、ゴムシートの交換を5年ごとに実施。それから、40t水タンクについては、2015年に新たに設置し、2017年以降は新規制基準対応設備として、毎日の巡視点検時に水量が確保されていること、月ごとの外観点検で健全性を確認していることを追記してございます。また、これらの点検の実施項目、頻度につきましては、保安規定の第150条の3に基づ

き策定され、原子炉安全委員会で承認を受けた10か年保全計画、これは2021年4月1日以降は施設管理実施計画となりますが、これに従って実施していること、検査の方法については、品質マネジメントシステムに係る3次文書に従って定めているということを明確にしております。

また、保安規定第150条の3は、参考の27ページに載せてございます。

それから、続きまして9ページでございます。経年劣化事象の抽出ということで、こちらからクラス3機器を除くというところを追記しております。

それから、10ページの選定した事象については、この表の変化はないんですが、一番下のところで、BDBAの常設設備として二つのものが挙げられていますが、結果としては、これは高経年化対象外ということになります。

次の11ページのところには、高経年化評価の対象外となる理由は以下のとおりということで、これは先ほどの資料1-1にあったような記載を、同じことですがけれども、追記しております。

それから、続きまして12ページに参ります。以前は「KURの特徴を踏まえた」というような書き方をしていたと思うんですが、高経年化対策上、着目すべき経年劣化事象の抽出ということで、まず、ガイドに示された六つの事象以外に起こり得る要因を検討し、「腐食」というものを劣化要因とするとしまして、それで、「腐食」を劣化要因とする経年事象としまして、13ページに挙げているような、三つの事象が挙げられるというように整理してございます。

次の14ページでございます。中性子照射脆化につきまして、こちらは新たな文献を引用してまして、まず、アルミニウム合金製の格子板での中性子フルエンスの推定値というのは10年後で $1.9 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ と変わりはないんですけれども、新たに引用した文献によりますと、十分な延性を確保できる中性子フルエンス（0.1MeV以上）の値が $1 \times 10^{22}$ ということでございましたので、それより小さいため経年劣化事象とはならないというように説明をしております。なお、文献1につきましては、この14ページ下のところに追記してございます。

続きまして、15ページに参ります。炉心タンクの経年劣化事象について、より詳細な説明にしております。まず、炉心タンクの穿孔という経年劣化になり得る要因としては腐食が想定されるわけですが、炉心タンクの内面と外面から腐食する可能性があるとして、内面からの腐食というのは、タンク水の純度を保つことで維持しています。外面からの腐

食は、炉心タンク外面と生体遮蔽コンクリートの隙間への水分の回り込みによって起こる可能性があるため、これまでに生体遮蔽の頂部の炉心タンク横にあるサブプールのライニングの二重化及び生体遮蔽内埋設配管の改修等を行っています。目視では確認することができないタンク外面については、10年ごとに上下左右で約10cm間隔で超音波による厚み測定を実施してまいりました。厚さの減少が10%以内であれば問題ないということで肉厚測定をしておりましたが、これまでに有意な減肉というものは観測されておられません。腐食が発生する要因を考慮しますと、炉心タンクの外面への水分の回り込みがあった場合、その水分は恐らく面状に広がるであろうと予想されまして、局所的に腐食が生じることは想定しがたいです。したがって、穿孔の要因である腐食による減肉進展の兆候を検知する手段としては、約10cm間隔で超音波による肉厚測定を行うことは有効であると考えます。このような説明にしております。

続きまして、16ページは変更ございません。

17ページに参ります。こちらは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象についてということで書いてあるわけですけれども、これによって損われるであろう安全機能についての記載を追加しているのと、あとは判定理由のところを修正しております。まず原子炉格納施設、これは気密性を担保しているのは外壁の鉄板でございます、放射性物質の閉じ込めという機能になりますけれども、コンクリート自身は気密性を担保するのには寄与していませんが、それを支持する構造物ということで、こちらも放射性物質の閉じ込めというカテゴリーにしております。判断理由でございますが、ひび割れ等がないことを全面にわたって確認しているということ。それから、鉄板につきましては、外面鉄板の肉厚測定も定期的に行っているというふうに追記しております。生体遮蔽については、これは機能としては遮蔽ということになりますけれども、こちらもやはり同じように、ひび割れ等ないことを全面にわたって確認していると。あとスタック、これは鉄骨構造でございますが、スタックの持つ安全機能としては放射性物質の放出低減になりますけれども、こちらについて、通常点検において全面にわたって確認しているところを追記しております。

続きまして、18ページに参ります。こちらからコンクリートの健全性評価ということになりますけれども、まず、原子炉格納施設でございます。この原子炉格納施設のコンクリートの配置を確認する意味で、参考資料というのをつけてございます。

ページで言いますと、26ページになりますけれども、格納施設の外側には鉄板が張って

あって、内側にコンクリートがあると。それで、内側にはペイント仕上げとなっております。この仕上げというのは、建設当初から施されているということを踏まえた上で、18ページで説明いたします。まず、そういった意味で、評価点は建屋円筒壁内面のみとすると。なお、建屋内は換気設備、先ほど申しましたけど、換気設備によって空気が循環されており、中性化に影響する環境の違いは小さいものと考えられます。中性化速度式でございますが、こちらは岸谷の式を用いておりますが、これまでと違うところは、ここに仕上げあり（ペイント）といったものを考慮した評価となっております。

この式につきましても、後ろの25ページに参考として載せてありまして、岸谷式を用いた計算ということで、パラメータとして、こういったパラメータを用いたかということも追記してございます。

それで、18ページに戻りますけども、その結果として、表から推定値は実測値の平均値よりは保守的であり、中性化深さの推定値に対して十分なかぶり厚さがあるというふうに表現を改めております。

次に19ページです。生体遮蔽につきまして、こちらは同じく岸谷式を用いておりますが、仕上げとしてはモルタル+ペイントとなっておりますので、それを考慮した推定値にしていると。それで、また健全性評価結果のところ、また中性化深さの推定値に対して十分なかぶり厚さがあることから、今後10年が経過しても生体遮蔽の健全性が維持されることを確認したということで、下の表1でございまして、これは二つの結果をまとめたものですが、推定値は先ほど申しましたように岸谷式に仕上げのパラメータを考慮した新たな推定値になっているということと、あとは範囲の値で若干修正してございますけども、このような値であると。それで、屋根の部分については、別途、かぶり厚さを追記してございます。生体遮蔽も同様でございます。

なお、原子炉格納施設の実測値については、複数実測しておりますので、その場所がどこか分かるように、参考資料としまして、23ページ、こちらに測定箇所と得られた値、それから、どのようにサンプリングしたかといった情報がありまして、その場所については24ページに図面を示してございます。

それから、続きまして20ページに参ります。こちらは表現の修正でございまして、中性子照射量及び吸収線量の算出のところを、このような表現に改めております。

それから、21ページでございまして。こちらはコンクリートの遮蔽能力低下のところでございますが、これは前は定性的な説明だったんですけども、今回新たに評価したという

ことで、下線部のところを読ませていただきますと、「生体遮蔽のうち、炉心から放出される中性子、ガンマ線のフルエンスが一番高くなる位置での温度上昇を評価したところ、最大出力である5,000kWで、現実的な最大連続運転時間である30時間運転したときの温度上昇は約13℃であった」と。一方、「コンクリート遮蔽体の設計に適用されている「コンクリート遮蔽体設計基準」で示されている周辺及び内部最高温度の制限値は、コンクリートに対しては中性子遮蔽で88℃以下、ガンマ線遮蔽で177℃以下となっており、KURでの最高温度はこれらよりも十分低い値となっていることを確認した」というふうにしております。

以上で資料1-2の修正点となります。

続きまして、資料1-3について、北村のほうから説明いたします。

○京都大学（北村准教授） 京都大学の北村でございます。

資料1-3に基づきまして、KUCAについて御説明させていただきたいと思っております。こちら、資料1-3につきましても、前回からの変更点は赤字と下線という形で記載させていただいております。よろしく申し上げます。

まず2ページ目、累計積算出力のところでございますけれども、これまで49年間ということでしたけれども、正確には6年弱ほど運転を停止した期間がございましたので、そのことをこちらに記載いたしました。この後、参考のところですけども、10年後の照射量とか、計算する部分があるんですが、そこは49年ではなく6年弱分、6年を引きました43年間というのに基づいて評価することに、これはまた後で説明させていただきます。

それから3ページ、4ページ、5ページ、KUCAの施設の説明でございましたけど、こちらについては変更点はございません。

それから6ページ、お願いいたします。こちらもKURと同じように、高温・高圧下でない重要度分類クラス3の機器を除くということで、フローを改定しておりますので、こちらを補っております。それから、保全調査の結果ですけれども、内容は予防保全の観点から適切なものであることをという、「予防保全の観点から」という文言を加えさせていただいております。

それから、次の7ページも同様でございます。同じ2点を追記させていただきました。

それから8ページ目、ここですけれども、以前の資料では、クラス3機器についてもリストしておりましたけれども、それを最初のフローの段階で落としておりますので、この四つの項目だけの表に変わってございます。その結論としましては、四角のまとめにも、

「予防保全の観点から」という文言を加えさせていただきました。

それから、9ページ目でございます。こちらも（高温・高圧下でない重要度分類クラス3機器を除く）という文言を入れさせていただきました。

それから10ページ目、こちらについても、以前はクラス3機器もたくさんリストに並んでおりましたけれども、四つの機器のみになってございます。結論としましては、対象外となっていて、高経年化に関する評価を要する設備・機器は抽出されなかった。ここは変わりません。

以上をもちまして、まとめが11ページでございます。こちらは変わってございませんけれども、高経年化に関する評価の結果、高経年化対策として充実すべき施設管理の項目はない。こちらは変わってございません。

以降、KUCAの場合は参考という扱いでございますけれども、最近の知見で得られている劣化事象に関する評価になります。

下のほうにあります六つのポツについて、それぞれ議論いたしまして、最終的にコンクリートの劣化について述べることになるんですけど、その途中、13ページのところで、真ん中の中性子照射脆化のところですけども、先ほど一番最初に申し上げました49年間から今後10年後の照射量を見積もっていったんですけども、そのうちの6年弱、6年としましたけれども、運転していないということで、もう一度計算し直しました。その結果、10年後の積算値は若干大きくなりましたけれども、基準値が $10^{18}$ ということでございますので、13乗ですので、結論としては変わらないということでございます。

その下の照射誘起型応力腐食割れについても同様でございます。運転していない期間を省いた再計算を行いまして、やはり問題にはならないという結論の部分については変わっていないということでございます。

それから、14ページについては変更はございません。

15ページも、変更はございません。

それから16ページ、お願いいたします。16ページについては、健全性評価の結果以降の部分若干変更をさせていただいております。まずは建屋内外について、それぞれの環境条件は、場所によって大きく変わらないと。これはKURのほうにも記載がございましたけれども、こちらを加えさせていただきました。

それから、岸谷式の評価の詳細というのを参考資料1、これは19ページに記載させていただいております。

それから、戻りまして三つ目のポツ、岸谷式による10年後の推定値に比べ、かぶり厚さは十分大きいと。なお、実測値の平均値については、仕上げ材が1989年以降に施工されているんですけど、それ以降は中性化の速度は鈍化しているということでございます。

それから、屋内については、こちらは当初から、仕上げ材は、これはペイントでございますけれども、施工されておりましたので、このペイントを考慮した岸田式の評価に改めさせていただきました。その結果ですけれども、10年後の推定値に比べてかぶり厚さが十分大きいということで、やはり問題ないという結論にさせていただいております。

なお、下の表1のところ、屋外のところで2019年と2033年の岸谷式の推定値を修正させていただいております。これは、以前の計算では、最後の処理が四捨五入で処理しておりましたが、より保守的な切上げにいたしましたので、一番下の桁が1ずつ上がっているということでございます。

それから17ページ、これは中性子照射による強度の低下についてでございますけれども、この一番下のほうです。表現は若干改めさせていただきましたが、一番下の健全性評価の結果のところについては、同じように6年弱の運転していない期間を考慮した評価に差し替えさせていただいております。

18ページについては、内壁については建設時に、外壁については1989年に仕上げを施工したということをお記させていただきました。

以降は、19ページは既にお話しました。

それから20ページ、21ページについては、中性化の深さの測定位置についてのリスト、図も含めて記載、追加させていただきました。

KUCAについては以上です。京大からの説明は以上となります。

以上、よろしくお願いたします。

○杉山委員 ただいまの説明に対しまして、質問、コメント等をお願いいたします。

加藤翔さん。

○加藤（翔）チーム員 原子力規制庁の加藤です。

資料1-2の19ページについてお尋ねさせていただきます。まずは確認となりますけれども、こちらのほうで、先ほどの御説明の中で、対象施設の原子炉格納施設の中で、かぶり厚さのところ、屋根を追加していただいたというお話だったんですけど、こちらと、あと推定値の関係、出し方とか、そういったものについても、もう少し教えていただけますでしょうか。

○京都大学（釜江特任教授） 京都大学の釜江でございます。

今ほどの御質問ですけれども、まず、屋根についてのかぶり厚さ、これは前回も少しお話ししました。屋根については、かなり薄いものですから、コアを抜いたりせず、この値も、実際の設計図書を、かぶりと鉄筋、配筋、それを見た上での評価だということで御理解いただけたらと思います。

それと、この推定値についても、これは建物の中ということで、同じように、壁と同じ条件で予測をしたということでございます。

以上ですけど、よろしいでしょうか。

○加藤（翔）チーム員 規制庁の加藤です。

確認となりますけれど、まず条件としては、屋根でも壁であったとしても環境条件は同じということで、推定値の出し方についても同様ということと、あとは、実測値については、天井についてはコア抜きなどはしていないということですが、同じ環境条件ですので、推定値も同じように出すことで、かぶり厚さに対して余裕があるという評価ということで理解したんですけれど、そちらでよろしいでしょうか。

○京都大学（釜江特任教授） 京都大学の釜江でございます。

その理解でいいと思います。ありがとうございます。

○加藤（翔）チーム員 規制庁の加藤です。

それから、続いてとなりますけれど、本日説明のありました修正方針に基づきまして、技術評価書を適切に修正して提出するようにお願いいたします。提出がありました資料につきましては、事務方で事実確認を進めまして、その中で新たな議論を要する場合は、再度、また審査会合を実施したいと考えておりますので、よろしくお願いいたします。

私からは以上となります。

○京都大学（堀教授） 京都大学の堀でございます。

承知いたしました。

○杉山委員 ほかにありますか。よろしいですか。

それでは、京都大学は基本的に資料の充実を図ってください。事務局は、引き続き事実確認を進めて、今ありましたように、新たな論点がもしあったら、改めてまた審査会合ということにしたいと思います。

それでは、以上で議題1を終了といたします。

次の議題2に入る前に、休憩を挟みます。次の開始は14時35分ですよろしいですかね。

では、議題1、終了いたします。ありがとうございました。

(休憩 京都大学退室 日本原子力研究開発機構入室)

○杉山委員 審査会合を再開いたします。

次は議題2、日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））保安規定変更認可申請についてです。

本日は、まず最初に、今後申請が予定されている「常陽」の長期施設管理方針について御説明いただきます。続きまして、平成19年に発生いたしました計測線付実験装置（MARICO-2）のトラブル、その際に原子炉容器内に脱落したルースパーツに関して、これまでの調査状況等を御説明いただきます。

それでは、JAEAから、まず最初の資料の説明をお願いします。

○日本原子力機構（小林主幹） それでは、資料2-1、高経年化技術評価の実施方針の検討ということで、こちらの資料について、原子力機構の小林のほうから説明させていただきます。

前回審査会合で御説明しましたように、「常陽」における現在の長期施設管理方針、こちらのほうの10年の周期は、令和6年度末ということになっております。次期の長期施設管理方針の策定に向けまして、まずは高経年化技術評価を進める必要があるということで、ここで当該評価の実施方針について御説明いたします。

2ページ目をお願いします。「常陽」としましては、これまでに2回の定期的な評価を実施しており、その中で経年変化に関する技術評価を実施してまいりました。一方で、今回は試験炉規則改正9条の2に基づきまして行う初めての機会となっております。これまでの議論に鑑みまして、今回は発電炉の高経年化対策実施ガイドを参考にいたしまして、その基本的な流れなどを検討するというようにしております。

2ページ目の左側が、発電炉の高経年化対策実施ガイドに基づく項目を整理したのになります。高経年化技術評価の対象となる機器・構造物を抽出しまして、評価対象事象を抽出します。その後、経年劣化事象に対する技術評価を実施しまして、追加保全策を抽出した上で、耐震安全性評価、それから耐津波安全性評価を実施しまして、報告書の策定と、それから長期施設管理方針の策定というものを行うというものになっております。今回、「常陽」におきましても、基本的な流れは、これと同じとするようにしております。ただし、耐津波安全性評価につきましては、「常陽」の敷地の標高が高く、設置許可段階で設計上津波を考慮する必要がないということが判断されているということを踏まえて、対象

外としております。

続きまして、3ページ目を御覧ください。高経年化技術評価の対象となる機器・構造物の抽出フローについて御説明いたします。こちらについても、発電炉とおおむね同じような考え方としてございます。

右側中段に示しておるように、発電炉では安全重要度分類のクラス1、2、3の機能を有するものと、それから常設の重大事故対処設備、これを高経年化技術評価の対象機器としております。ただし、このうち動的機能については、通常の施設管理活動において、経年劣化の影響から生じる性能低下の状況、これが的確に把握され、的確な対応がなされている場合には対象外としております。それから定期取替品と、それから消耗品に該当する場合も、対象外となっております。また、クラス3については、高温・高圧の環境下にある機器が該当するというようなものとなっております。

「常陽」のフローを御覧ください。まずは重要安全施設、それからナトリウムを内包する機器、それと多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材のうち常設のものというものを対象とするということにしております。対象には、これらの機器を内包する建物である原子炉建屋、それから原子炉附属建屋並びに主冷却機建屋、これも含まれております。重要安全施設は、試験炉の安全設計指針を参考にしておりまして、安全重要度分類クラス1、2、3の機能を有するもののうち、安全機能の重要度が特に高いもの、こちらを重要安全施設として設置許可申請書において選定してございます。具体的にはクラス1と、それからクラス2の一部が該当しております。

ここでの細かい説明は割愛しますが、8ページから11ページ目に、重要安全施設としての機能を有する機器が該当するかというものを掲載しております。

基本的には、研究炉であることから、異常等が確認された場合には、原子炉は速やかに停止されます。これを前提にしまして、原子炉の運転を継続するための機器、つまり異常事象の起因となるだけの安全施設、こちらは対象外とすることを基本的な考え方としております。また、保安規定において重要安全施設を施設管理の重要度が高い系統に対する定量的な評価の策定の対象としておりますので、重要安全施設とすることは、これとも整合しております。

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材のうち、常設のものについては、発電炉の常設の重大事故等対処設備に相当するものとして選定してございます。

さらに、ナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえまして、ナトリウムを内包する機

器、これは技術評価の対象とするということにしております。

ここに該当しなかったものは、右側のフローに移行します。

高温・高圧の環境下にあり、かつ安全施設に該当するものについては、技術評価の対象とする検討のフローに戻ります。該当しないものについては、対象外となります。

技術評価の対象とする検討のフローに戻るものには、例えば原子炉カバーガス等のバウンダリ機能の一部が該当すると思っております。

その後の検討フローにあっては、発電炉と同様に、定期取替品もしくは消耗品に該当するかどうかということと、動的機能については、通常の施設管理活動において経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、的確な対応がなされているという場合には該当するかどうかということ。この二つを判断基準としております。定期取替品等には、例えば炉心燃料集合体等の炉心構成要素が該当し、動的機能について、通常の施設管理活動において把握されているものについては、月に一度の定例試験により機能を確認している非常用ディーゼル発電機などが該当するというふうに考えてございます。

これらに該当しないものが、評価対象とする施設となります。原子炉冷却材バウンダリ機能等が代表的なものとなると考えています。

続きまして、4ページ目を御覧ください。こちら、評価対象事象の抽出フローについて、御説明いたします。こちらについても、発電炉を参考としております。

原子力学会のPLM基準におきましては、低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、高サイクル熱疲労、2相ステンレス鋼の熱時効、フレット疲労、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下、これらを評価対象事象としておりまして、さらに実施ガイドでは、このうち、高サイクル熱疲労とフレット疲労を除く6事象を必ず評価すべきものとして指定してございます。

常陽におきまして、このPLM基準をスタートとしまして、三つの判断基準を準備しました。4ページ目の左側です。一つ目が高速炉及び試験研究炉であることを踏まえて不要と考えられる経年劣化事象。二つ目が想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。三つ目が現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象となります。

12、13ページ目に詳細を準備しておりますので、こちらを御覧ください。

12ページです。ここでは、PLM基準に定める経年劣化事象の採否について整理いたしました。考慮不要としたものについては、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、高サイクル熱疲労、2相ステンレス鋼の熱時効、フレット疲労となります。

中性子照射脆化につきましては、炭素鋼や低合金鋼等のフェライト系材料に発生する事象と認識してございます。常陽の原子炉容器、それから、1次冷却系配管、こちらは、オーステナイト系ステンレス鋼を使用しておりますので、中性子照射脆化を経年劣化事象として考慮する必要はないと考えてございます。

次に、照射誘起型応力腐食割れにつきましても、常陽の原子炉容器の材料がナトリウムと接液しておりまして、応力腐食割れが発生する環境にないということから、考慮不要と考えてございます。

ちなみに、中性子照射による影響は、高速中性子の照射による構造材の強度低下について、経年劣化事象として考慮する計画でございます。

続いて、一つ飛ばしまして、2相ステンレス鋼の熱時効について、常陽では、当該材料を使用していないので、考慮不要としております。ちなみに、熱時効としては、クロムモリブデン鋼を対象とした経年劣化事象を考慮する計画でございます。

それから、高サイクル熱疲労とフレット疲労、これは常陽にあっても発生し得る経年劣化事象ですが、高サイクル熱疲労については、ここに記載しましたように、該当する部位の評価が実施されておりまして、それから、先ほどの4ページ目で説明した、3個目の分岐で設けた現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較により、今後も劣化の進展が考えられない、または極めて小さいと考えられる経年劣化事象、こちらに該当するという事、それから、フレット疲労につきましては、巡視点検等におきまして、異常な振動がないこと等を確認しておりまして、日常劣化管理事象として、いわゆる想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい劣化事象というものに該当することから、考慮不要になるというふうに考えてございます。

これまでの説明によりまして、PLM基準からは、低サイクル疲労と電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下が抽出されることとなります。なお、このうち、コンクリートの遮蔽能力低下については、定常的に実施する線量率等の測定によりまして、異常がないことを確認できると考えておりまして、日常劣化管理事象として取り扱うことも検討してございます。

続いて、13ページに参ります。先ほど高速炉及び試験研究炉であることを踏まえて、不

要と考えられる経年劣化事象について御説明申し上げましたが、ここでは、常陽において考慮するということを検討している経年劣化事象について、御説明いたします。

常陽におきましては、ナトリウム環境における経年劣化事象を考慮する必要がございます。項目としては、ナトリウム腐食、流動ナトリウムによるエロージョン・コロージョン、クロムモリブデン鋼の熱時効となります。詳細な説明は割愛しますが、ナトリウム腐食とモリブデン鋼の熱時効につきましては、経年劣化事象の対象とし、評価する予定でございます。一方、流動ナトリウムによるエロージョン・コロージョンについては、常に還元雰囲気にあるということから、材料表面に酸化被膜による表面保護層の形成は期待できない反面、保護層の膜がありませんので、脆化した酸化被膜の剥離による減肉も生じない環境にあり、2次冷却系の配管材のクロムモリブデン鋼において、いわゆる水環境下等で観察される腐食とエロージョンの繰り返しによる減肉の進行ということは発生しにくいと考えております。これを踏まえまして、現在までの運転経験、使用条件から得られた材料試験データとの比較により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または極めて小さいと考えられる経年劣化事象、こちらに該当しますので、考慮不要と判断できるというふうに考えております。

また、その他の事象としましては、高速中性子の照射による構造材の強度低下、クリープ疲労、水、大気環境下の腐食を考慮する予定でございます。摩耗については、日常劣化管理事象として管理できるというふうに考えてございます。

なお、これらの評価にあつては、既に設計寿命に対しての評価を実施済みのものが多いので、今回はその結果を再度提示したいというふうに思っております。

5ページ目に戻っていただきたく思います。

5ページ目では、経年劣化事象に対する技術評価の実施フローについて、御説明いたします。ここでは、縦軸に評価対象とする施設、横軸に評価対象とする経年劣化事象を並べたマトリクスを整理しまして、高経年化技術評価の対象を抽出するというようにしてございます。その後、代表事例を選定し、高経年化技術評価を実施する予定です。ここでは常陽が試験研究炉であり、運転の期間が法令上定められていないということに鑑みまして、今後10年間を対象期間とすることを基本的な考え方としております。その後、経年劣化を加味した耐震安全性評価を実施いたします。

ただし、PLM基準を参考に実施有無の判断基準を設けてございます。構造強度及び振動応答特性への影響が軽微又は無視できるものと、耐震安全性が維持できるように点検評価

するもの、こちらは対象外となります。具体的には、電気・計装品の絶縁低下、特性変化に関するものと、配管の減肉量が一定量を下回る場合、こちらが該当すると考えております。例えば、ナトリウムを内包する配管ですが、過去のサーベイランス試験や点検等に基づきますとその減肉は非常に小さく、耐震安全性評価の対象となることはないであろうと思っております。

6ページ目を御覧ください。こちら、追加保全策の抽出と長期施設管理方針の作成のフローになります。

評価結果より追加保全策を抽出しまして、長期施設管理方針を策定することになります。なお、長期施設管理方針において、その実施時期については短期、中長期、長期ということで整理するつもりでございます。

続きまして、7ページ目を御覧ください。最後に、スケジュールについて、御説明いたします。

前回審査会合におきまして、長期施設管理方針に係る認可が令和7年度以降となった場合に、プラントに安全上の問題があるかというような御質問をいただいております。前回、口頭で回答させていただきましたが、同様です。長期施設管理方針の適用期間の始期、これはいわゆる10年間の始期ですが、こちらは従前の期間を踏襲しまして、令和7年4月1日というものを予定してはございます。令和6年度に、原子炉施設保安規定の変更認可申請を実施する計画でいるということでございます。

ですが、長期施設管理方針に係る審査期間中に原子炉の運転が実施されることはございません。プラントは現在と同様、長期停止中ということでございますので、これを踏まえた点検・検査を実施することで、適切に維持管理ができると考えております。これらより、長期施設管理方針に係る認可が令和7年度以降となった場合でも、プラントに安全上の問題が生じるということにはございませんという回答になります。

この7ページの図でお示したように、新規制基準適合に係る設工認申請の審査結果、これを反映する必要が生じた場合には、必要に応じて当該結果を反映するというように考えております。

こちらからの説明は以上になります。

○杉山委員 ただいまの説明に対しまして、質問、コメント等をお願いいたします。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

7ページ、早速確認ですが、この7ページに先立って3ページを見ますと、長期施設管理

方針のところではBDBA設備の常設のものを含むとあります。7ページを見ると、これらは設工認対象となるので、その設工認対象と合わせて、保安規定も申請すると理解します。そういう理解でよろしいですね。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

まずは、申請という観点では、設置許可でBDBAの機器が決まっていますので、それに基づいて申請します。また、設工認はその時点では認可いただいていないので、審査中の段階にあるというのは認識しております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

申請はそうされるということで、一つの問題は、この認可目標が2024年度末となっています。これは設工認審査が終了していないので、間違いなくそれをまだ認可できないという話になります。それをどう考えるかといったのが一つのポイントになります。

それで、こちらでもいろいろ議論はしていますけれど、間違いのないのは、軽水炉の例でいくと、再起動するまでは冷温停止ということなので、その状態を踏まえて、長期施設管理方針を検討しておいて、それを認可する。そういう例であれば、恐らく問題ないと理解しております。それをそうでなくて、そこで認可しないで、2025年の一括認可となると、またこれで規則を遵守するといったところで、どうなのかという扱いを議論しなきゃいけないと、そういう状況です。

今日のところはまだ結論は出ませんが、間違いなく言えるのは、長期施設管理方針の期限をまたぐといったことに関して、冷温停止で問題なくプラントが管理できるといった説明はしっかりしていただく必要があると考えております。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

いただいたコメントについて、承知しました。

こちらに回答しましたとおり、プラントとしましては今までどおり、長期停止期間中であることを踏まえての点検・検査をやっていきますので、問題なくプラントは安全管理、維持できると考えております。

以上です。

○杉山委員 ほかにありますか。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

本日御説明いただきました対象機器ですとか、劣化事象の選定、こちらについては実際

に申請された後に審査することになりますけれども、本日の気づき点としては2点ほどお伝えしたいと思います。

まず一つ目ですが、12ページです。こちらの経年劣化事象の採否（案）のところですか。こちらで、例えば、高サイクル熱疲労ですとか、フレッティング疲労については経年劣化の考慮不要としております。不要の理由が記載されておまして、備考のほうには、発電炉のガイドで必須項目とされていないといったような記載もございます。ただ、高サイクル熱疲労などはナトリウムが水よりも熱伝導度が高くて、軽水炉よりも問題になりやすい事象だと考えますので、これは軽水炉の考え方に合わせるのではなくて、ナトリウム冷却型高速炉としての特徴に基づいて御判断いただければいいかなと思います。

二つ目ですけれども、3ページです。こちらの対象とする機器の話になります。こちらですけれども、先ほど御説明ありましたとおり、この機器の選定のところで、重要安全施設などを選ばれております。他の試験炉ではクラス1、2と高温・高圧のクラス3としている一方、常陽では重要安全施設まで狭めておりますので、特に高経年化を見るべき機器等に抜けがないかという点について、審査の際には確認したいと思いますので、こちらについても、よろしく願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

まず、コメントについては承知しました。

機器の選定の話、それから経年劣化の評価の話については、詳細は当然、申請の後になると認識しています。ただ、今現状で、我々として計画というような段階でもあるので、もし機会いただければ、御説明させていただければありがたいかなとも思っていますので、よろしく願いします。

以上です。

○杉山委員 ほかにありますか。

よろしいですか。

それでは、JAEAは、次の資料の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

それでは、資料2-2に基づき、ルースパーツの調査状況と影響評価並びに今後の対応について、御説明をいたします。

本件は、冒頭で御紹介をいただきましたとおり、ルースパーツを発生させた事象及び事象への対応についての説明でございます。資料の内容としましては、いわゆる法令報告書

の内容をベースに、一部、法令報告後の対応に係る情報を追加した事象の概要及び今後の保安規定の改定に係る検討等も含めた内容としてございます。

なお、説明の容量が多くなってございますので、説明は30ページまでを前半部、31ページ以降後半部と2分割いたしまして、実施をさせていただきます。

それでは、資料2-2に基づき、御説明をいたします。

2ページにルースパーツに関するこれまでの経緯を示してございます。まず、ルースパーツは計測線付実験装置であるMARICO-2の変形、損傷により発生しております。MARICO-2は2007年5月14日にMK-III炉心第6'サイクルで照射を終了し、その後、原子炉容器外に取り出すための切り離し操作を実施するために、5月28日に回転プラグを操作し、炉内照射位置の炉心アドレス3E3から炉内ラック位置のR16に移動いたしました。5月30日には、MARICO-2の試料部と保持部との切り離し作業を行い、6月1日に回転プラグを操作し、MARICO-2保持部をR16から照射位置である3E3まで戻しております。

その後、6月11日にR16上部に位置しております燃料交換機のホールドダウン軸に荷重異常が発生し、6月19日にホールドダウン軸を点検した結果、ホールドダウン軸の下面に圧痕があることを確認しました。これらの事象から、原子炉容器内の調査が必要と判断しております。

その後、炉心崩壊熱減衰後にナトリウムをドレンし、9月11日にファイバースコープで観察しました結果、画像が不明瞭ではありましたが、R16上部に干渉物を確認しております。画質を改善するために、新規に製作したファイバースコープで再度観察をしました結果、干渉物がMARICO-2試料部であること及び炉心上部機構の下端の中央付近に影を確認いたしました。これらの状態から、燃料集合体頂部等の観察及び炉心上部機構下面の観察が必要と判断しております。

また、11月2日には、回転プラグの燃料交換機能の一部阻害が確認されましたことから、MARICO-2試料部の撤去が必要と判断しています。

その後、2007年11月から2008年3月までの約半年をかけまして、集合体頂部等を観察し、当該部にルースパーツがないことを確認しました。2008年7月には、炉心上部機構下面を観察し、下部の整流板等の変形が確認されたことから、炉心上部機構の交換が必要と判断しております。

その後、2008年から2009年にかけて、観察結果に基づく影響評価及び原因究明等を実施し、2009年から2014年にかけて、炉心上部機構の交換及びMARICO-2試料部の撤去方法の検

討、機器製作等を実施し、2014年に旧炉心上部機構の引抜、MARICO-2試料部の撤去、新炉心上部機構の装荷を行い、復旧措置を完了させております。

3ページ以降がルースパーツの調査状況でございます。

4ページをお願いいたします。4ページは、MARICO-2試料部の切り離し不能の概要です。左側にMARICO-2の概要と、照射時の保持部と試料部の接続状態を示しております。計測線付実験装置のMARICO-2は駆動部、保持部、上部案内管及び試料部から構成し、試料部は炉心内の位置に装荷いたします。MARICO-2は計測線を原子炉容器外に取り出すことで、照射中の温度をオンラインで測定できるものとしているため、照射終了後には、保持部と試料部を切り離して、試料部を原子炉容器外に取り出す必要があります。この切り離し作業を実施するために、右上の移動軌跡の図のとおり、照射位置の3E3から炉内ラックのR16にMARICO-2を移動し、切り離し操作を実施しました。切り離し操作における切り離しが不能であった、すなわち、保持部と試料部が接続された状態で、回転プラグを回転させましたので、右下の図の左側の図のとおり、炉内ラック上部で試料部を変形させたということが本事象の概要でございます。

5ページをお願いいたします。先ほども説明いたしましたとおり、保持部と試料部が接続された状態で、左上の図のとおり、回転プラグを回転させましたので、左下の図のとおり、炉心上部機構内において、MARICO-2試料部のハンドリングヘッドが保持部と接続された状態で、回転プラグの回転により炉心上部機構が移動したため、図に記載のとおり、試料部を変形させております。

右下の図に示しておりますとおり、MARICO-2のハンドリングヘッドと試料部は固定ピンで接続しておりました。図のハンドリングヘッド継手の部分が試料部の部分であり、内側になります。図のハンドリングヘッドは外側で、これらに設置した孔の部分を固定ピンで貫通して、ハンドリングヘッド外側で固定ピンを溶接し、固定しておりました。固定ピンは下の写真のとおり、直径が6mm、長さが13mmで、周方向6か所に6本設置しておりました。

後ほど炉内観察でも説明いたしますが、右上の文章に記載のとおり、MARICO-2試料部に6本の固定ピンで固定したハンドリングヘッドが分離していたこと、炉内観察画像の解像度ではハンドリングヘッド側に固定ピンは確認できなかったことから、固定ピンの脱落を想定しております。また、切り離し作業の位置から固定ピンの落下位置は炉内ラックのR16近傍、もしくは炉心外周槽と推定をしております。

6ページをお願いいたします。6ページは、MARICO-2試料部のルースパーツの探索結果で

す。上の写真は平成19年10月のファイバースコープによるものであり、干渉物はMARICO-2の試料部であること等を確認いたしました。

右下の写真の集合体頂部等の観察は、中央下の図のとおり、回転プラグを操作することで、カメラの位置を各集合体等の直上に調整して行いました。これらの撮影写真を貼り合わせ、1枚の画像としたものが右下の写真です。本写真のとおり、集合体及び炉内ラック等の頂部を観察し、ルースパーツ、傷等がないことを確認しております。

スライドの中央にMARICO-2試料部のハンドリングヘッドの写真を示しております。こちらは、炉心上部機構下面観察装置を原子炉容器内に挿入し、炉心上部機構下面を観察したものであり、MARICO-2試料部のハンドリングヘッドが保持部と接続された状態で、炉心上部機構内に存在していることを確認しました。また、当該画像の解像度では、MARICO-2のハンドリングヘッドと試料部を接続していた固定ピン6本は確認できませんでした。

7ページをお願いいたします。こちらの集合体頂部等の写真は、6ページの図を拡大したものでございます。これらの写真は、カメラの位置を各集合体の直上に調整して行い、1回の観察で撮影できる範囲は集合体約1体分に限られることから、集合体頂部の全体を観察するため、約半年をかけて約650回の撮影を実施しました。本写真は約650回の撮影を実施し、撮影写真を貼り合わせて作成したものでございます。ナトリウム液面はハンドリングヘッド頂部より約50mm下に設定しておりますので、ハンドリングヘッド頂部及び集合体間のギャップの上の部分を確認しております。また、炉内ラック全数の頂部を確認しております。

なお、左下の写真の部分の炉心第2列の集合体頂部については、燃料交換機能の阻害によりまして直上から撮影できませんでしたので、横方向から確認をしております。このように、現状の技術で可能な限り探索を尽くし、集合体頂部等に異物がないことを確認してございます。

8ページをお願いいたします。8ページは、ハンドリングヘッド固定ピンの離脱孔の状況です。炉心上部機構下面の観察におきまして、ハンドリングヘッドの内側と外側を観察しております。本画像の解像度では、ハンドリングヘッド側に固定ピンが確認できなかったことから、固定ピンの脱落を想定いたしました。

9ページをお願いいたします。9ページは、炉心上部機構撤去孔から集合体頂部を観察した結果です。本観察は、法令報告後の復旧措置実施時においても確認を行う観点で、カメラを用いて集合体頂部等を再度観察したものでございます。旧炉心上部機構引き抜き後に

炉心上部機構設置孔にカメラを設置し、集合体頂部等を観察しております。左の写真が炉心上部機構の案内スリーブを含む写真でございます、右側が原子炉容器内の拡大の写真でございます。この観察の結果から、炉心上部機構引き抜き後も集合体頂部への部品脱落などは認められず、異物がないことを確認してございます。

10ページからがルースパーツの影響評価でございます。

11ページをお願いいたします。11ページには、ルースパーツの影響評価の流れのフローを示してございます。まず、炉内観察画像の分析・評価結果に基づき、ルースパーツを設定し、ルースパーツが浮き上がる最小冷却材上昇速度の算出及び原子炉容器内の流動解析の結果からルースパーツの挙動を評価し、ルースパーツの影響評価として、炉心構成要素内への落下可能性、安全性の評価、冷却系設備等への流入可能性、安全性の評価を行ってございます。

12ページからルースパーツの設定でございます。

13ページをお願いいたします。上側に原子炉容器内で炉心上部機構下部の上部案内管及びMARICO-2のハンドリングヘッドを観察した写真を示してございます。MARICO-2のハンドリングヘッドは、左下、青い破線の図の状態、上部案内管内で保持部に保持された状態であり、その状態を炉心上部機構下面観察装置により下側から観察した写真でございます。写真の左側から、ハンドリングヘッドの外側、その右がハンドリングヘッド内部、その右が上部案内管の変形部でございます、ハンドリングヘッドと試料部を接続していた固定ピン6本は、ハンドリングヘッド部分では確認できませんでした。また、ハンドリングヘッドが保持されていたことから、固定ピン以外にルースパーツとして想定する必要がある部品がないことを確認いたしました。

14ページをお願いいたします。まず、これらの炉内観察の結果を踏まえまして、固定ピンをルースパーツと設定してございます。固定ピンは右の写真の右側のハンドリングヘッド取付後に、ハンドリングヘッド外側より差し込み、ハンドリングヘッド外側のφ6mmの部分で溶接固定するものでございます。

なお、写真はMARICO-1のものでございますが、固定ピン部の構造はMARICO-2と同じでございます。固定ピンの使用は、左側に示してございます。材料はSUS316ステンレス鋼、形状はφ6mm、直径6mm、長さ13mmでございます。数量は6本でございます。

続いて、15ページからがルースパーツの挙動評価です。

16ページをお願いいたします。16ページに挙動評価の方法を示してございます。まず、

①の脱落した固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度を、下の機械工学便覧の式により算出します。その結果と②の原子炉容器上部プレナム部の冷却材上昇速度と比較し、固定ピンが原子炉容器上部プレナム部内を上昇し、原子炉容器出口配管より流出することがないことを確認します。固定ピンの重量、形状、最大受圧面積等を考慮し、機械工学便覧に基づく式により、固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度を算出した結果、約1.0m/sとなりました。

次に、17ページをお願いいたします。17ページに示しておりますとおり、原子炉容器上部プレナム部の流況を2次元流動解析により確認しております。解析コードは、流動解析コードのAQUAコード、解析モデルは2次元R-Zモデルであります。

原子炉容器の断面図の赤い破線の部分の解析結果を右の図に示しております。右の図の下方にございます炉内ラック近傍及び炉心外周槽の上部の原子炉容器上部プレナム部下における冷却材上昇速度は最大で約0.43m/sと計算されました。

次に、18ページをお願いいたします。18ページに挙動評価の結果を示しております。固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度は約1.0m/sであったのに対し、原子炉容器上部プレナム下部の冷却材上昇速度は最大で約0.43m/sであり、原子炉容器上部プレナム下部の冷却材上昇速度は固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度1.0m/sを下回ることから、固定ピンが原子炉容器上部プレナム部内を上昇し、原子炉容器出口配管から流出することはないと評価をいたしました。

続いて、19ページをお願いいたします。19ページには、原子炉容器上部プレナム部の流況を3次元流動解析により確認した結果を示しております。17ページの解析は2次元R-Zモデルでございましたので、念のために3次元モデルでも確認をしております。

左の図に一例として、原子炉容器出口配管部を通る断面のZ方向、冷却材速度分布を示しております。また、中央の図には、Z方向の冷却材上昇速度が1m/sとなる等値面図を示しております。本解析結果から、原子炉容器内で冷却材上昇速度が1m/s以上となる領域は、炉内ラックのR16近傍から原子炉容器出口配管に至る経路において、不連続であること、また、固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度は約1.0m/sであり、原子炉容器内の冷却材上昇速度は1.0m/sを下回っていることから、固定ピンが原子炉容器上部プレナム部内を上昇し、原子炉容器出口配管より流出することはないと、冷却系機器に問題が生じることはないことを確認いたしました。

続いて、20ページをお願いいたします。20ページには、燃料集合体内に固定ピンが落下

したと仮定した場合の固定ピンの挙動予測を示しております。

左側の断面図は、先ほどの19ページと同じでございます。固定ピンの挙動のイメージを右の図に示しております。1次主循環ポンプの回転数を増大させれば、燃料集合体の出口の流速が1m/sを超えますので、燃料集合体内に落下していたと仮定した固定ピンについては流出し、炉心上部機構との隙間から炉心の外側に流出するということになります。このため、1次冷却材流量の増大時に、燃料集合体内から流出した固定ピンは、冷却材上昇速度が小さい反射体・遮へい集合体領域や炉心外周槽に沈降し、定格流量到達後も浮き上がることはないというふうに評価をいたしました。

21ページからは、集合体に対するルースパーツの影響評価になります。

22ページをお願いいたします。まず、22ページの図では、原子炉容器内の断面図の赤い破線部にある炉内ラック及び炉心外周槽の流速の解析結果を示しております。

二つ目のポツの文章に評価結果を記載しております。固定ピンの落下位置については、炉内ラックR16上部近傍、もしくは炉心外周槽であると推定しております。炉内ラックの移送ポットもしくは炉心外周槽に落下した場合、当該位置での冷却材上昇速度は最大で約0.47m/sと小さいため、当該部位に落下した固定ピンが浮き上がることはなく、炉心構成要素等に影響はないと評価をしております。しかしながら、右下の枠内に示しておりますとおり、各炉心構成要素の上部から固定ピンが落下したと想定し、その影響を評価しております。

その結果を23ページ以降に示しております。

23ページをお願いいたします。23ページには、炉心燃料集合体へ固定ピンが落下した場合の挙動を示しております。上の図の左側の炉心燃料集合体の上部から固定ピンが落下することを想定した場合、ハンドリングヘッド開口部の直径は約56mmであり、固定ピンは炉心燃料集合体上部より落下する可能性があります。燃料ピン間のギャップについては約2mmでありますので、固定ピンは燃料ピンバンドルの上部にとどまるため、炉心燃料集合体の冷却材流量及び温度に影響を与えることはないことを確認いたしました。

24ページをお願いいたします。24ページには、制御棒へ固定ピンが落下した場合の挙動を示しております。図の左側の制御棒の上部から固定ピンが落下することを想定した場合、ハンドリングヘッド開口部は約56mmでありますので、固定ピンは制御棒上部より落下する可能性があります。また、B-B断面の上部グリッド、C-C断面の制御要素バンドル部にもφ6mmを超える流量がありますので、固定ピンが通過し、D-D断面の下部グリッド板に至る可

能性があります。ただし、下部グリッド板のスリット幅は6mmであるため、固定ピンは下部グリッド板上部にとどまると考えられます。また、制御要素とラップ管のギャップ部を閉塞する可能性があります。制御棒については発熱量が小さく、ほかの流路も確保されるため、温度に与える影響は小さいということを確認しております。

25ページをお願いいたします。25ページには、制御棒下部案内管へ固定ピンが落下した場合の挙動を示しております。図の左側の下部案内管の上部から固定ピンが落下することを想定した場合、制御棒着座時の下部案内管頂部の制御棒と下部案内管のギャップ寸法は約3.7mmでありますので、固定ピンは下部案内管内へ落下せず、制御棒のスクラム特性等に影響を与えないと考えられます。

26ページをお願いいたします。26ページには、反射体及び遮へい集合体へ固定ピンが落下した場合の挙動を示しております。ここでは、これらの集合体のうち、内側反射体を例にして図示しております。図の左側の反射体の上部から固定ピンが落下することを想定した場合、ハンドリングヘッド開口部の直径は約56mmであり、固定ピンは反射体上部より落下する可能性がございます。また、B-B断面の上部グリッド板、C-C断面の反射体要素バンドル部及びD-D断面の下部グリッド板にも、 $\phi 6\text{mm}$ を超える流路がありますので、固定ピンが通過し、エントランスノズル部に到達する可能性がございます。ただし、エントランスノズルオリフィス部の流速は8m/s以上でありますので、オリフィスを閉塞することはないというふうに評価されます。また、反射体要素とラップ管のギャップ部を閉塞する可能性がございますが、反射体についても発熱量が小さく、ほかの冷却材流量も確保されるため、温度に与える影響は小さいということを確認してございます。

続いて、27ページをお願いいたします。27ページには、定格流量時の炉心燃料集合体内の冷却材流速分布を示しております。炉心燃料集合体の上部から固定ピンが落下することを想定した場合、炉心燃料集合体内の流速は1m/sを超えておりますので、固定ピンが流入することはないと考えられます。なお、流速については、バンドル部より上の部分の流速のみを記載してございます。

28ページをお願いいたします。28ページには、制御棒内の冷却材流速分布を示しております。制御棒の上部から固定ピンが落下することを想定した場合、寸法、流速的にはD-D断面の下部グリッド板に到達する可能性がございますが、下部グリッド板のスリット部分の流速については、流速1m/sを超えてございますので、こちらの流速からも固定ピンが下部グリッド板より下に流入することはないと評価をしております。

29ページをお願いいたします。29ページには、制御棒下部案内管内の冷却材流速分布を示してございます。中央の図の上側の赤い破線の部分には、制御棒下部案内管上部と制御棒のギャップ部があり、当該部の断面と冷却材流速を左の断面図に示しております。ギャップ部の冷却材の流速は1m/sを超えておりますので、制御棒引抜時にも固定ピンが流入しないと考えられます。

30ページをお願いいたします。30ページは、集合体に流入した場合の固定ピンの振動による構造材の磨耗に係る検討の結果です。これまでの説明のとおり、固定ピンは制御棒内側反射体、遮へい集合体の要素バンドル部にとどまる可能性がございますが、この要素バンドル部のギャップ寸法は7mm以上であり、また、表面は基本的に平滑であることから、固定ピンが振動した場合には、固定ピンは要素バンドル部のギャップを通過し、落下すると考えられます。このため、固定ピンの振動による構造材の磨耗も発生しないと評価をしてございます。

資料2-2の前半の説明は以上でございますので、説明を一旦ここで区切らせていただきまして、ここまでの範囲について御審査をいただきたく、お願い申し上げます。

○杉山委員 ここまでの範囲について、質問、コメント等お願いします。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

9月12日、前回の会合で、異物の取り出しというのは努力、試みを続けていただきたいという指摘がございましたけれど、今までの説明を見る限り、恐らくは後半のほうを見ても、その取り出しということは記載がないように思うのですが、この辺りの経緯等がありましたら、よろしく説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

本日の資料につきましては法令報告書の内容をベースに、これまでの状況について取りまとめたものでございます。今後の対応については最後のまとめに書いてございますけれども、別途検討いたしまして説明することとしておりますので、9月12日の審査会合での御指摘の内容、それから、今いただいた御指摘も踏まえまして、今後、現時点で実施可能な方策を検討いたしまして、取り出しについても、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきたいと考えてございます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

よろしく申し上げます。

ナトリウム冷却型高速炉ということで、いろんな特徴があると思いますので、何ができ

るのか、どう難しいのかといったところを分かりやすく説明していただきたいと思います。

これから少し各シート、個別の確認をさせていただきたいと思います。

5ページ目のシートを見ていただいて、資料の真ん中、右側辺りに、「固定ピンの落下位置は炉内ラックR16上部近傍もしくは炉心外周槽と推定」と書いてあって、ここにポイントがあって、どのくらいこれが確信を持てるのかというところがあると思うんです。

質問ですけど、5ページの右下にハンドリングヘッドから継手、ケーブル配置板胴というのがあって、ピンで止まっているという状況があります。例えば、モックアップをつかって、実際にこれを引き離してみるとどのくらいピンが飛ぶとか、そういった試験とかはやっていないのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

こういうモックアップを使って、どれくらい飛ぶというような試験はしてございませんけれども、定性的に、この破損が起こっている変形のモードを考えたときに、基本的に大きく飛ぶというようなことはなく、その場に落下するというようなことが考えられるということで、我々としては、このR16上部近傍もしくは炉心外周槽に落下していると推定をしております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

モックアップはやっていないというのは理解しました。それでいいかどうかは別にして、ここはやっぱり一つのポイントで、どのくらいこれで確信が持てるのかといったところが関心事項であって、ここにあまり確信が持てないから、いろんなところに飛んでいるという検討に移っているのかなというふうに見えます。何かこの推定の仕方が弱いのかなといった印象を持っておりました。

私から以上です。

○杉山委員 今の点に関連して、先に教えてください。

この事象が起こったときというのは、ナトリウムの流動は、先ほど示していただいたような速度分布の流動があったのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

流動はございましたけれども、運転中ではございませんで、燃料交換中の流動ですので、約20%の流量で、先ほど御説明した流量の約5分の1の流量で流動があったということでございます。

○杉山委員 なぜそれを質問したかということ、先ほど速度分布、17ページですか、これは

炉内ラックの近傍だけ見ると、水平方向に内側の流れがありますよね。だから、その近辺で脱落したものが内側に運ばれてしまうような流れがあるのかなというのを今思ったので、質問させていただきました。方向としては内側であっても、速度としてはもともと定格のときでも小さそうであって、かつ、その20%、それが勢いよく内側に運ばれたという感じは少なくともしませんねということを確認できました。だから、それでいいというふうに判断は難しいですけども、ありがとうございます。

ほかに。

○金城チーム長代理 最初の始まりのところで、確認ですけど、今のMARICOの問題というのはピンだけを中心的に評価したわけですけど、例えば、14ページ目の写真を見ると、この壊れたハンドリングヘッドって、中を見てみると結構細かいケーブルが走っていたりして、何かほかにもルースパーツというか、なくなった部品とかないのかなというふうに思うんですけど、これはピンだけといったようなこと、結論に至るまでに、そういうほかの部品はどういう評価をして、ピンだけという結果になったのか、御紹介いただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

まず、このケーブルにつきましては、もともと温度制御系の照射装置でございますので、ケーブルについては原子炉容器の中で押し切りをするということで、ルースパーツが発生しないように切っております。この切断については通常どおり切断されたということを確認しておりますので、ケーブル類からのルースパーツの発生はないと考えてございます。また、このハンドリングヘッドにつきましては、炉心上部機構の中で、下側からの写真で観察をしております。外れておりますのは、このハンドリングヘッドだけでございまして、このハンドリングヘッドは最終的に炉心上部機構と一体で回収をしておりますので、そういった炉内観察の結果を踏まえて、固定ピン以外にルースパーツはないと評価をしているという状況でございます。

○金城チーム長代理 関連ですけど、13ページに、その際のハンドリングヘッドがどう曲がったかみたいな図が緑色で示してあるんですけど、要は、ひん曲げて炉内を動かすときの中には、こういうケーブル類は一切残っていなかったということですか。要は曲げて、炉内を動いたときのハンドリングヘッドの中はどうなっていたのかというのを教えていただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

参考資料でお配りしている38ページを見ていただけますでしょうか。

MARICOのハンドリングヘッド部の構造になっておりますけども、今、画面にも表示してありますが、緑色の部分がハンドリングヘッド、それから水色の部分がこの中からケーブルが外に向かって出て、下の試料部につながっている部分になっております。それから赤い部分が、これは先ほど山本から押し切りをするというお話しさせていただきましたけども、その機構になっております。まず、ケーブルについてはカット支え部から下、赤い部分を全部一番下のところまでやって、ケーブルを切断してあります。なので、MARICO-2の切り離しを失敗する前の時点で、ケーブルは全て切断して、それは達成されたことを確認しているのです。ケーブルが何か引っかかって、ちぎれたような状況にはなっていないということです。それは切断面からもきちっと切れているのが見れているので、問題ないと思っています。

今回引っかかったのは、その後、ここで黄色の部分がありますけども、このフィンガというのが外れなくて、ハンドリングヘッドごと引っ張ってしまったという事象になっておりますので、このハンドリングヘッドの下側の部分に穴が空いてありますけども、そこに入っていたピンの部分が外れて、ルースパーツとなったという事象になってございます。

以上です。

○金城チーム長代理 分かりました。その後の議論は改めて確認します。

○杉山委員 私から一つ、資料2-2の7ページで、上から撮った写真を貼り合わせた全体写真を示していただきましたけど、このときに、ナトリウム液位を下げた状態ということでしたけど、燃料集合体の中としては、どのくらいまで下がった状態なのでしょうか。この23ページを見ると、もしこの中に固定ピンが落下したら、恐らくは個別の燃料棒ですね、個々の棒と棒の間には落ちないと思われるので、この燃料棒の上部端栓の上にくろんと落ちるのかなと思われまして。それが、もしそこにあれば、見えるくらいまで液位を下げた写真が7ページということなのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

ドレンをしたのは集合体の頂部から約50mm下の部分まででございますので、23ページを見ていただきますと、ハンドリングヘッドというのが上側の左上にございまして、この上側にパッドの部分がございます。大体、パッドの部分が50mmですので、燃料要素のバンドルの上部というのは見えていないということになります。

○杉山委員 分かりました。ということは、この7ページで、かなり全部丹念に撮影はし

ているけれども、これは、真ん中はナトリウムの液面が見えているわけであって、その下に落ちている可能性は、この写真からは否定できないということですか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） はい。御指摘のとおりでございます。この写真からだけでは否定ができないということになります。

○杉山委員 この個別の燃料ピンというのが、集合体を表しているわけじゃなくて、一本一本の燃料棒という意味のその上部端栓まで液位を下げると、ほかの全体の都合上、何か問題がありますか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます

プラント上、そういった液位まで下げるといような運用を通常行っていないということで、特別な手順が必要になるということでございます。安全上、このバンドルの部分まで下げることによって、直ちに問題が生じるということはないと思いますけれども、今現時点でそういう手順は有していないというところでございます。

○杉山委員 はい、分かりました。だから、そこまでもし液位を下げられたら、また同じような撮影をしたら、もしかしたら見えるかもという、期待といたしますか、そういうことで今お聞きしましたけれども、それは今後もまた検討の中で続きを議論させてください。

ほかにございますか。

加藤さん。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

固定ピンの脱落の、どういう脱落かについて確認したいのですが、脱落したということで御説明はあったんですけど、その固定ピンが脱落したときに、固定ピンについては何か変形だとか、あるいは切断だとか、そういったことがあったかどうかということをお説明いただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

先ほどの資料でいきますと5ページですけれども、こういった状態で脱落しているということでございます。ですので、先ほどのモックアップとか、そういった結果を見てみませんので確信はないのですが、こういう状態でせん断力等も働きながら外れているということですので、全く変形していないということではなく、多少の変形は考えられるのではないかと現時点で考えてはおります。

以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

追加となりますけれども、今の御説明ですと、切断とかというのはないということでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

切断も含めて、変形している可能性は否定できないとは考えております。他方、法令報告書の中では固定ピンが落下したということで評価をしているということでございます。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

少し補足します。当時の調査の結果、法令報告の状況としましては、ハンドリングヘッドの継手を見たときに、我々として残りの部分が確認できなかった。そうすると、構造として考えると、ピンはそのまま落ちてるだろうという推測をしたというところでは、ピンも全部を確認できているものではないので、最大として6本というところで、その後のルースパーツのあるものとしては、固定ピンが全体の形のまま6本入っているというところを前提に安全評価を実施したというところになってございます。

以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

ありがとうございます。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

ただいま加藤のほうから固定ピンの変形について話があったと思うのですがけれども、こちらについて、変形によって安全性の評価にどのような影響が出るかというのを改めて、本日じゃなくても結構なんですけれども、御説明いただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

拝承いたしました。次回この審査会合で御説明をさせていただきます。

○荒井専門職 続いて、原子力規制庁の荒井です。

私からも何点か確認させていただきたい点がございますけれども、まず固定ピンの落下位置に関してです。5ページ目です。こちらのルースパーツについてのスライドで、落下位置として炉内ラックのR16近傍ですとか、外周槽、こちらを想定されていますけれども、このページの左上にございますように、ルースパーツの発生時に、この紫色の炉心上部機構の移動軌跡を通過しておりますので、落下位置としてはこの炉心上部機構の移動軌跡の付近というのも疑うべきではないかと考えますが、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

まず、ここの切り離し位置で切り離して落下をしていると考えてございます。この移動

軌跡の中では、それほど衝撃があるですとか、そういったものではございませんので、もう落下するとなれば、落下しているのは切り離し操作の際に落下をしていると評価をしてございます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

今の話の続きですけれど、この質問の発端が、そちらの検討が燃料健全性と、それから冷却系機器というところがあって、あとは思いつくのは炉停止機能なんです。そうするとこの軌跡を見ると、制御棒の配置と重ねると、多分私が見る限り3か所ぐらい制御棒の近くを通っているんです。で、5ページ目のこの図を見るとハンドリングヘッドに溶接をしていると。だからここでくっついていて、試料部が抜けたと。割と溶接の固定が弱くなったような状況で移動しているときに、ポロッと落ちたら制御棒の付近に行くのではないかとといったようなことを考えまして、それでこういう質問になってます。

だから、今の話、最初のR16近傍でどのくらい確度があるんですかといったところから続いて、そこに不確定要因があるとすると、やっぱりそういうことも考えなければいけないし、もっと言うと、これが仮に燃料まで飛んだとすると、今日の資料でありましたとおり、20ページですか。結局、燃料の中だと浮き上がってしまうので、これが集合体間のギャップに落ちるとか、制御棒に行くとかという可能性が出てくると考えられるのではないかとこのことを議論しております。

そういうことも含めて、少し説明をというか、影響を考えていただきたいということです。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本です。

御趣旨理解いたしますので、持ち帰り検討させていただきまして、また検討の結果については次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

それで、7ページ、引き続き確認させてください。

これ写真を撮ったというので、念のためですけど、この写真の解像度から考えて、ここに固定ピンがあれば、それは分かる解像度であるというのは間違いはないですか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本ですけれども。

はい、固定ピンのサイズのもの落ちていれば、十分に判別できるものだと考えてます。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

少し補足します。左上の写真を見ていただくと、これ一つの画像になってます。キー溝

が3mmになっています。今回のピンが直径6mmなので、あれば確認できる解像度を持っているというところです。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

それで、当時の報告書の6ページを見ると固定ピンが6mmで、集合体以下のギャップが最大で約5.2mmと書いてあって、これ5.2mmというのは恐らく集合体の変形とか、偏心とか考えると、もう少し開くということも考えられるのではないのでしょうか。そうすると、集合体のギャップのところから下に落ちたという可能性は考えなくていいのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

御指摘のとおり、5.2mmというのは偏心等を考えてない、ノミナルの寸法ですので、そういう偏心等を考えた場合に、この検討がどのような結果になるかというのを再度持ち帰って検討いたしまして、また次回以降の審査会合で御説明させていただきます。

○有吉チーム員 よろしくお願ひします。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

私からあと1点だけ、取り出しの可能性に関してなんですけれども、固定ピンが炉内ラックR16のようなポットですとか、炉心構成要素内に落下していた場合に、燃料交換システムを使って固定ピンの取り出しができないかとか、そういったことも御検討いただければと思います。よろしくお願ひします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

先ほども御指摘いただきましたけども、その取り出しの困難さですとか、今後、運転再開までに何ができるかということの中で、今御指摘をいただいた集合体に関しても検討の中に含めて、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

○杉山委員 今この範囲までで、あと1個だけ教えてください。先ほど流動条件としては20%の流量だったということで、それだと燃料集合体の上部であれば1m/sは超えていませんか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 集合体のハンドリングヘッドの中の部分は、非常に流路面積が大きくなってございますので、100%流量でおおよそ1.5~2m/s程度になっています。これの5分の1ですので、超えてないということになります。

○杉山委員 ありがとうございます。要は、そのときに落ちた位置に今でもいるかという話なんです。もし、1m/sを超えているようなところまで入り込んだら浮いてくるというふ

うに、そういう想定を受け入れたとして、例えばその集合体に入ったものが集合体の外までまた浮き上がってくるような流動条件というのは、今日に至るまでの間に作ったことはありますか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

今日の説明資料の後半の部分ですけれども、41ページにこれまでの復旧措置完了後の、我々のルースパーツに関する対応をまとめてございます。41ページの(2)の1次主冷却系の運転実績というところに、これまで約4回、100%流量での運転をしたという実績がございますので、もし仮に燃料集合体の中に落ちていた場合には、この100%流量に至った時点で1m/sを超えて集合体から流出していると、もう既にそういった実績があるということになります。

○杉山委員 分かりました。ありがとうございます。

それでは、次の資料の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） それでは、原子力機構の山本でございます。

引き続きまして、資料2-2の31ページから最後までについて御説明をいたします。31ページからは、冷却材流路閉塞による炉心燃料集合体への熱的影響の評価になります。

32ページをお願いいたします。32ページは、設計基準事故（DBA）の冷却材流路閉塞事故の想定でございます。本事故は表の起因事象に記載のとおり、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材の流路が局部的に閉塞される事象を想定しております。解析の条件を表に整理しておりますが、原子炉は定格出力運転状態、閉塞物は原子炉容器内構造物の材料のステンレス鋼、閉塞領域は右下の集合体断面図の赤色の箇所の集合体のサブチャンネル1か所になります。また、閉塞高さについては22mm、この領域を完全閉塞としております。閉塞位置については、被覆管肉厚中心最高温度が最も高くなる炉心上端での閉塞を想定してございます。

33ページをお願いいたします。33ページは、DBAの冷却材流路閉塞事故の解析結果でございます。左側の図が前のページで説明した冷却材流路閉塞により除熱能力が低下することによる被覆管温度の上昇の解析結果でございます。主な解析結果を下の表に示してございます。被覆管最高温度の解析結果は約690℃であり、熱設計基準値の840℃を十分に下回るということを確認しております。また、本事故では燃料集合体内の冷却材流路が局部的に閉塞されることで燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが、隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定しております。右

上の図に核分裂生成ガスジェットの衝突による除熱能力が低下することによる、被覆管温度の上昇の解析結果を示しております。解析結果は下の表に整理してございまして、被覆管最高温度の解析結果は約740℃であり、熱設計基準値の840℃を十分に下回るということを確認してございます。

34ページをお願いいたします。34ページは、BDBAの冷却材流路閉塞事故の想定です。多量の放射性物質放出する事故（BDBA）の拡大の防止におきましても、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材流路が閉塞される事象を想定しております。BDBAではDBAを超える想定といたしまして、右下の図のとおり、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象を想定しております。解析の条件を右上に整理しております。閉塞物はDBAと同じステンレス鋼を想定しておりますが、千鳥格子状の閉塞を想定しておりますので、閉塞物の質量は約300gと、固定ピンの数gより1桁以上大きい質量の閉塞を想定しております。

閉塞領域は右下の集合体断面図の赤色の箇所の集合体のサブチャンネルでございまして。また閉塞高さは約70mm、閉塞位置は初期の被覆管温度が最も高くなる発熱上端としております。初期温度は熱的制限値に設定してございまして、十分保守的な設定としております。

35ページをお願いいたします。35ページはBDBAの冷却材流路閉塞事故の解析結果です。上の表に、前のページで御説明した冷却材流路閉塞により除熱能力が低下することによる被覆管温度の解析結果を示しております。表の上の行が閉塞発生前、その下が閉塞発生後の解析結果を示しております。閉塞発生後の被覆管最高温度の解析結果は約720℃であり、熱設計基準値の840℃を十分に下回ることを確認しております。また、本事故ではDBAと同様に、燃料集合体内の流路が閉塞されることで燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定しております。

左下の図に核分裂生成ガスジェットの衝突により、除熱能力が低下することによる被覆管温度上昇の解析結果を示しております。解析の結果、被覆管最高温度は約800℃であり、熱設計基準値の840℃を下回ることを確認しております。また、核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視により破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止します。この間にほかの燃料要素が新たに破損することはないと、急速な破損伝播が起こることはない、炉心の著しい損傷は防止されると評価をしております。

以上のとおり、DBA、BDBAともに燃料集合体の冷却材流路が閉塞される事故を想定し、

評価しており、これらの事故の基準を満足することを確認しております。

36ページをお願いいたします。36ページ以降はルースパーツに係る今後の対応です。

37ページからは、ルースパーツに係る今後の対応のうち、今後のルースパーツの探索について示してございます。

38ページをお願いいたします。38ページには、超音波によるナトリウム中の可視化技術の開発について示しております。高速炉の冷却材であるナトリウムは不透明であり、一般的なカメラ等によりナトリウム中に落下した遺物等を探索することはできないため、原子力機構では、ナトリウム冷却型高速炉の実用化に向けた要素技術開発の一つとして、ナトリウム中可視化検査装置の開発を進めております。本開発の成果といたしまして、下図に示す超音波による可視化が可能であることを確認しております。しかしながら、本成果は対象物位置が特定された体系で、かつ対象物にセンサを近接させて得られたものであり、現在、離れた対象物の検査を目的として、センサの信号強度の向上及び視野範囲の拡大を目指した開発を進めているところでございます。

また、「常陽」のルースパーツを探索するためには、センサを原子炉内の目標とする位置へ移送するセンサ搬送装置の開発も必要でございます。したがって、「常陽」のルースパーツを探索するためには、さらなる技術開発が必要という状況でございます。

39ページをお願いいたします。39ページからはルースパーツの影響の監視及び異常の検知でございます。

40ページをお願いいたします。40ページにルースパーツによる影響と推定される事象への対応を示しております。前半部分の説明のとおり、固定ピンが原子炉の安全性に及ぼす影響はないということを確認しておりますが、影響を与える可能性として、炉心燃料集合体内に落下し、冷却材流路を閉塞させること、制御棒下部案内管内に落下し制御棒の駆動に影響を与えること、及び1次主循環ポンプの運転を阻害すること、これらが考えられます。これらの影響の発生を感知、防止することを目的としまして、以下の概要を原子炉施設保安規定に、具体的な内容をその下部要領に定めることとしております。

まず、全体の共通事項といたしまして、運転管理、保守管理、燃料管理等にあつては、異物の存在を考慮し、万一の異物による異常を想定した管理を実施することを規定いたします。また、原子炉容器内での燃料取扱時は、炉心構成要素と異物との干渉により異変が生じる可能性に留意して、炉心構成要素の着地レベル及び制御棒駆動機構の動作等の監視を継続して実施いたします。

次に、燃料集合体冷却材流路の閉塞に対しては、燃料集合体出口冷却材温度を監視し、燃料集合体内の異物の閉塞を監視、高温が継続する等の異常が検知された場合には、原子炉を停止し、原子炉から当該燃料を取り出し、照射燃料照射後試験施設において、異物の閉塞の有無等を確認いたします。

また、燃料集合体内で異物が閉塞し、燃料要素が破損した場合に、燃料破損検出系で燃料の破損を検知し、直ちに原子炉をスクラムし、原子炉を停止いたします。また、燃料が破損した場合には、破損した燃料を特定し、照射後試験施設において異物の閉塞の有無等、燃料破損の原因を特定し対策を講じます。次に、制御棒下部案内管と制御棒の間隙への流入に対しては、毎サイクル運転開始前の起動前点検におきまして、制御棒及び後備炉停止制御棒全数について、駆動及びスクラム時間に異常がないことを確認いたします。また運転中は、毎操作時にロードセルにより、駆動に異常がないことを確認し、異常が確認された場合は、原子炉停止等するとともに、制御棒及び制御棒下部案内管を取り出し、照射後試験施設において異物の混入の有無を確認いたします。

冷却系機器への影響に対しては、毎サイクル運転開始前の起動前点検において、24時間連続運転により、冷却材流量及び1次主循環ポンプの回転数に異常がないことを確認いたします。また、運転中は冷却材流量、1次主循環ポンプの回転数及び回転数差等を定期的に監視いたします。1次主循環ポンプの回転数に異常が生じた場合は、直ちに原因を調査し、異物による影響が想定される場合は、原子炉をスクラムして運転を停止するとともに、1次主循環ポンプの点検を実施し、異物の混入等について確認することといたします。

41ページをお願いいたします。41ページは法令報告後の復旧措置、1次主冷却系の運転及び炉心構成要素の炉内取扱時のルースパーツの考慮についてでございます。(1)の復旧措置に関しましては、前半部の冒頭でも御説明いたしましたが、こちらに記載の記述において、復旧措置として炉心上部機構の交換及びMARICO-2試料部の撤去を実施しております。

(2)1次主冷却系運転実績に関しましては、先ほど申し上げましたとおり、原子炉停止中は定格の100%流量又は20%流量で循環運転をしているところですが、復旧作業後において、1次主冷却系はこちらに記載の期日において、定格の100%流量運転を実施しており、当該運転時に異常等は確認されませんでした。また、制御棒駆動機構の調整を実施した際には、制御棒のスクラム動作試験を実施し、その結果が基準を満足し、良好であったことを確認しております。

(3)の炉心構成要素の原子炉容器内取扱作業実績につきましては、復旧措置後、2021年3

月に燃料交換機の動作確認を実施しております。動作確認時には切離し失敗位置の炉内ラックR16におきまして制御棒を取り扱い、着地レベル等を確認することで、炉心構成要素の炉内取扱に問題がないということを確認いたしました。

42ページをお願いいたします。42ページ～45ページに参考としまして保安規定の改定案を示してございます。

43ページをお願いいたします。43ページの上の枠内が保安規定第97条の2の要領の作成に関する変更でございます。変更箇所を朱記で示してございまして、要領の作成に当たりましては、想定される1次冷却系統内の異物（ルースパーツ）への対策を記載することを規定いたします。また、枠の下には、下部要領の運転要領に規定する内容を記載しております。原子炉運転前の確認では、制御棒及び後備炉停止制御棒について全数の動作確認及びスクラム時間の測定、1次主循環ポンプ定格流量運転時の運転状態の確認を実施することを規定いたします。

原子炉運転中の確認といたしましては、制御棒操作時の監視及び動作異常確認時の原子炉停止の対応、燃料破損検出設備の監視及び異常確認時の原子炉停止の対応、燃料集合体出口冷却材温度の監視及び異常確認時の原子炉停止の対応、1次主循環ポンプ回転数差に関する監視及び異常確認時の原子炉停止の対応、これらを規定いたします。

燃料集合体出口冷却材温度異常時、燃料破損検出時の措置といたしましては、燃料が破損した場合には、破損した燃料を特定し、照射後試験施設において、異物の閉塞の有無等、燃料破損の原因を特定し、対策を講じることを規定いたします。

続いて44ページをお願いいたします。44ページは保安規定第112条の制御棒のスクラム時間等に関する変更でございます。変更箇所を朱記で示してございまして、第1項のスクラム時間の確認に加えまして、第4項を追記し、制御棒及び後備炉停止制御棒の全数について、1本ごとに全挿入位置から全引抜位置及び全引抜位置から全挿入位置まで動作させ、動作中の制御棒荷重に異常がないことの動作確認を実施することを規定いたします。

また、スクラム時間の測定につきまして、下の別表第32に示しておりますとおり、既認可の保安規定では制御棒1本についてスクラム時間を測定することとしておりましたが、これを制御棒及び後備炉停止制御棒全数について測定することに変更いたします。また、デラッチの確認についても全数確認することに変更いたします。

45ページをお願いいたします。45ページは保安規定第131条の警報装置の作動等に関する変更でございます。変更内容は、別表第44の警報装置作動時の措置の炉心燃料集合体出

口冷却材温度高、警報作動時の措置であり、朱記のとおり、警報作動後も温度の異常が継続する場合には原子炉を停止することを措置として追加をいたします。なお、故障等による誤報時の措置についても、予備チャンネルの測定にて監視することに変更をいたします。

46ページをお願いいたします。46ページは本資料のまとめでございます。ルースパーツの発生の経緯、事象への対策、復旧措置及び今後の対応について、これまでの説明の内容をまとめてございます。内容は繰り返しになりますので、個別の説明は割愛いたしますが、全体のまとめといたしまして、ルースパーツの探索に関しましては、事象への対策に記載のとおり、事象発生から1年以上をかけた、技術的に可能な限りの探索を行ってまいりました。また、復旧措置の完了後も、ルースパーツの影響が生じていないことを慎重に監視、確認することを継続しております。

今後の対応といたしましては、ルースパーツにより生じる影響への対応について、原子炉施設保安規定に規定するとともに、今後の対応の検討結果については、今後の審査会合において別途御説明をさせていただきたいと考えてございます。

本資料の説明は以上でございますので、御審査をお願いいたします。

○杉山委員 ここまでの範囲で、質問、コメント等お願いします。

有吉さん。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

40ページ、開けていただいて、上から2行目です。制御棒下部案内管に落下し制御棒の駆動に影響を与えることというのは、これ確認ですけど、29ページに戻っていただいて、制御棒と下部案内管の間に固定ピンが入り込んだ場合というのを想定したという理解でよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本です。

御指摘のとおりでございます。

○有吉チーム員 有吉です。

29ページでは、流速の関係でここには入ってこないということが述べられていますけれど、あと偏心したらとか、ここに仮に入ったらといったら、そのときの影響というのを少しここに追加していただいて、それで40ページで、こういったことをやるといったことにつながりが分かるようにしていただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

承知いたしました。こちらの29ページの図でいきますと、片側5mmのギャップでござい

ますけれども、偏心した場合には約6mmというギャップになりますので、そういったことの追加と、あと入った場合には、基本的にはこの中を通り過ぎて、下のこのダッシュポットと呼んでいる部分まで落下するというふうに考えられますけれども、そういった内容について、こちら29ページに追加をして、次回、この審査会合で再度御説明をさせていただきます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

山本さん、細かいけど、ぜひそのときには制御棒がなぜ振動するかとか、偏心するか、その辺りも少し書いておくと分かりやすいと思いますので、よろしくお願いします。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○杉山委員 ほかにありますか。

金城審議官。

○金城チーム長代理 規制庁の金城ですけど。

今回のルースパーツに関する対策といったものの前にそもそも論なのですが、当然、実用炉を見ても、先ほどの長期施設管理方針とかにも関連してくると、炉内の溶接とかいろいろなものの点検をある頻度で当然やって、健全性を見ていくんですけど、この常陽では炉内の健全性確認をどういうタイミングとか、あとは前回いつやったのかというのを紹介いただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

常陽等、高速炉に関しては、炉内構造物については基本的に永久構造物の考え方になります。なので、構造健全性を見る観点では、サーベイランス材を使ってナトリウムの影響、それから高速中性子の影響を見ているところです。常陽に関しましては、先ほどの計画のところでもお話ししましたが、もう寿命を超える照射試験は終わっていて、強度低下は寿命中には起こらないという評価を得ているというのが現状です。

以上です。

○金城チーム長代理 ということは、これまでも運転後、炉内構造について見に行ったことは一度もないということですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

そのとおりです。

○金城チーム長代理　そういった中で、今回ルースパーツの問題になってはいますが、この異物混入がこれまで一度もなかったというのは、それは証明できるのでしょうか。今のルースパーツのほかにです。

○日本原子力研究開発機構（高松次長）　原子力機構の高松です。

それは過去にということですね。そういう意味では、工事管理の中で落とされたことがないというところの話になっています。そういう意味で、常陽建設時には最初配管の途中にメッシュをつけて回して、ないことを確認しているというところは聞いています。その上で、そのメッシュを外して今があると。現状においては、オープンするときにおいては異物の混入がないことを工事管理の中でやってきているというところになります。

以上です。

○金城チーム長代理　今の話を聞くと、管理はしているけれども、実際のところを見に行ったことはないので、今回のピンのほかにルースパーツがないということは、しっかりとしたデータでは説明できないということになるんですかね。

○日本原子力研究開発機構（高松次長）　そうですね。しっかりしたデータとしてはどうか、要は、いわゆる外観検査的なものでは説明はできないというところになります。

○金城チーム長代理　運転上、そうなっているというのは理解するとして、実際、技術上はそういった炉内構造物の点検して、いけるのではないかなと思うのですが、それは何かいけないという技術的なものがあるのですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長）　原子力機構の高松です。

炉内構造物の対象物を、いわゆる炉心の周り、シュラウドの辺りとか支持構造物の辺りにした場合には、その部分というのは常にナトリウムに浸漬された状態になっています。なので、いわゆる軽水炉のように見えるところにはないというところなんです。

一方で、可視化の技術はあるかという、先ほど御説明させていただきましたけども、超音波を使ったUSVと、Under Sodium Viewerというのを開発を進めてはいますが、まだそれを検出、実際に実用できるレベルには至っていないというところが、いわゆる外観で見えるための技術開発の状況というところなんです。

○金城チーム長代理　そういった意味では、今ナトリウムがあってということでしたけど、そのナトリウムを一時的、実用炉の発想で来てはいますが、一時的に抜いて、燃料体も抜いて、炉の底を見に行くといったことは、技術上できないということですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長）　原子力機構の高松です。

燃料を抜くという観点では、軽水炉と違って、定検ごとに燃料を全部抜いて見るという構造ではないので、今もんじゅで廃炉が進んでいますけども、炉心構成要素を全部抜こうと思うと、ダミー集合体全部作って、全て入れ替えてというような工程になりますので、そう容易にできるものではないというところで、中を見るというのが現実的には難しいというような状況になっています。

○金城チーム長代理 そうすると、ある程度異物が今回のように混入した場合に、どの程度までの異物なら運転できるのかという、そういう評価は、今回の件はやっていますが、それは何か別途やったことはあるのですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 過去に、設計の時点では見たことはないですというのが現状です。その上で、今回、ルースパーツの件があって評価して、この固定ピン、この大きさであれば問題ないことは確認できているというところになるかと思えます。

○金城チーム長代理 確認、以上です。

○杉山委員 ほかにありますか。

今の一連のお話を聞いていて、いろいろなことを想像しますがけれども、ルースパーツがどこに行ったら嫌だなというところは、この資料40ページで三つ観点を書いていただきました。集合体で流路を閉塞させる。それと制御棒の駆動に影響、これは恐らく挿入性を損ねるとのことだと思えます。それとあとは1次系のほうに回る。最後の1次系のほうに回るというのは、先ほど高松さんの御説明の中で、初期の頃はメッシュを設けてというお話がありましたけど、今はそういったものはないのですか、デブリフィルター的な意味で。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） そうですね。今はそういうものはないです。なので、そういう観点でいくと、いわゆる大きなルースパーツがあった場合にはやはりナトリウム冷却炉、大きく違うのは、流速そのものがそんなに速いものではないので、そう大きなものが流れに乗っていくものではないというところをまずは前提として考える必要があるとは思いますが、大きなものは流れていかない。それから小さなものについては、隙間を抜けてしまうので、影響はない。そうすると中ぐらいのところはどういう基準があるかというところになってくるのかなとは思っています。

○杉山委員 ありがとうございます。そういう意味で、例えばインペラーとかにかみ込んでしまうようなことがないのであれば、1次系に回ってしまうというのは、炉心から出ていくという意味では、どちらかというところ、むしろありがたいと言ったら変ですけど、炉心にあるよりは1次系のほうに回ってしまうほうが何かやりようがあるのかなという、印象

だけですけれど、そんな気もしました。

最初に挙げていただいた集合体の中での流路閉塞、これは先ほど評価結果を示していただいたように、割と元々そういう現象は想定されていた中に含まれていて、ですからそれによって起こり得る範囲というのはある程度押さえられている。実際にもしそういうことがあったときに、どの集合体でそれが起こっているかというのを特定するのはそれなりの技術が必要かもしれませんし、仮にそれがちょっとしたピンホールみたいなものができて、FPで検出することになったとした場合、やはりそれだけで集合体を特定するのというのはそれなりに大変かなという気はいたしますけれども、それでも、その状態でもし特定できて引き上げられたら、それは一つ回収になりますよね、そのルースパーツの。ですから、そういうことはネガティブな話ばかりではないと思っています。

制御棒にかみ込むというのが一番怖いような気がします、この中では。それに対しては既にご書いていただいておりますけど、後備系も含めて出し入れを必ず全部すると。ですから、もしかみ込まれるような場所にあるとしたら、そのときに探せるだろうということで、それは一つ考えていただいたところかなと思って聞いておりました。

先端が完全に出てしまうくらいだったら、うまくしたら下まで落ちてしまうかもしれないので、どこまで出すのがいいのかということも、改めて御検討いただきたいと思いますけど、要は炉心から取り出せないのであれば、落としてしまいたいですよ、下まで。もう舞い上がらないところまで。だから、今の燃料集合体の側にあるものをそこまで落とすために、何か操作でできないかなということをお検討いただけないかなと考えました。

1本単位で取り出して、そうするとナトリウムは抜けますよね。そうすると上部端栓の上にもし乗った状態があるとして、それを炉心から取り出したところで観察するような手段というのがもし実現できたら、すごく大変な作業ではありますが、集合体ごとに1個1個確認できるのかなと思いますので、その辺はぜひ頑張ってくださいというか、いろいろ技術的に可能なところは御検討いただきたいと思います。

そういったところで、今後さらなる説明を聞かせていただきたいと思います。

全体を通して、もし何かございましたらお願いします。

よろしいですか。JAEAの側からもし何かありましたらお願いします。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 我々からは大丈夫です。

○杉山委員 それでは、以上で議題2を終了といたします。

引き続き、今後の審査会合に向けて資料の準備をお願いいたします。

では、以上をもちまして、第502回審査会合を終了いたします。どうもありがとうございました。